反应堆堆芯热工水力精细计算辅助支撑技术研究

陈广亮, 钱浩, 殷新立, 苏少敏, 张历轩

哈尔滨工程大学核科学与技术学院，黑龙江 哈尔滨 150001；

摘 要 反应堆堆芯全流域或大流域 CFD 计算分析有利于认知并预测堆芯热工水力精细运行状态，优化设计与运行，保障安全。但堆芯 CFD 计算分析面临巨量网格建模难、计算量大、耗时长、资源需求多等挑战问题，且 CFD 计算的堆型普适性差，变换堆型需重新开展全流程工作。为此，基于反应堆结构特点与冷却剂流动规律，研发了反应堆堆芯“专用”且不同堆型“通用”的 CFD 计算辅助支撑技术，能够分解 CFD 计算量，有效降低精细网格建模与计算分析难度，成功用于绕丝棒束组件、定位格架棒束组件、板元组件堆芯的全数全高度燃料组件代表域的 CFD 计算分析。

关键词: 反应堆；计算流体动力学；辅助支撑

中图分类号：

基金资助：国家自然科学基金项目(No.51909045)；中核集团青年英才项目(No.CNNC2019YTEP-HEU01).

第一作者：陈广亮，男，1986 年生，中共党员，工学博士，副教授，博士生导师。研究领域：核科学与技术，E-mail：chenguangliang@hrbeu.edu.cn

通信作者：陈广亮，E-mail: chenguangliang@hrbeu.edu.cn

收稿日期：2024-00-00，修回日期：2024-00-00

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.51909045) and CNNC’s young talents research project (No.CNNC2019YTEP-HEU01)

First author: Guangliang CHEN, male, born in 1986, member of the Communist Party of China, Ph.D. in Engineering, Associate Professor, doctoral supervisor. Research field: Nuclear Science and Technology, E-mail: chenguangliang@hrbeu.edu.cn.

Corresponding author: Guangliang CHEN, E-mail: chenguangliang@hrbeu.edu.cn

Research on Supporting Technology for Computation of the Fine Thermal-Hydraulic Status of Reactor Cores

Guangliang Chen, Hao Qian, Xinli Yin, Shaomin Su, Lixuan Zhang

Harbin Engineering University, Harbin 150001, China;

Abstract [Background] Computational Fluid Dynamics (CFD) technology is crucial for understanding and predicting the fine thermal-hydraulic status of nuclear reactor cores, optimizing their design and operation, and ensuring safety. However, CFD analysis of reactor cores faces significant challenges, including the complexity of modeling large mesh quantities, high computational demands, lengthy processing times, and substantial resource requirements. Additionally, the universality of CFD technology across different reactor types is limited, necessitating a complete re-analysis when the reactor type changes. **[Purpose]** This paper aims to develop a CFD supporting technology that is specific to reactor cores yet adaptable across various reactor types. The goal is to decompose the computational burden of CFD analysis, effectively reducing the complexity of fine mesh modeling and the overall computational load, thereby addressing the major challenges faced in large-scale simulations. **[Methods]** We began by analyzing the coolant flow dynamics specific to various reactor structures, focusing on the unique flow characteristics and thermal-hydraulic behaviors. The computational domain was then decomposed into smaller, more manageable sections to effectively manage the computational load while maintaining overall accuracy. Tailored fine mesh modeling techniques were implemented to suit the specific geometries of different reactor types, optimizing mesh density and structure to balance precision and computational efficiency. Finally, the developed methodology was validated using representative fuel assembly domains, including wire-wound rod bundle assemblies, spacer grid rod bundle assemblies, and plate element assemblies. These CFD calculations encompassed full-height, full-scale fuel assemblies to ensure comprehensive analysis and accurate results. **[Results]** The developed CFD support technology significantly reduces the difficulty of fine mesh modeling and the computational burden. It has been successfully applied to various fuel assembly types, demonstrating versatility and robustness. The results provide detailed insights into the thermal-hydraulic behavior of reactor cores, facilitating optimization in design and operation, and ensuring safety. **[Conclusions]** This study presents a significant advancement in CFD

analysis for reactor cores by offering a specialized yet adaptable support technology. This technology improves the efficiency and accuracy of thermal-hydraulic analyses, aids in making better design and operational decisions, and ultimately contributes to the optimization of reactor performance and safety.

Key words: Nuclear Reactor, Computational Fluid Dynamics, Supporting Technology

为探索并充分利用陆、海、空、天范围内的环境与资源，国际范围正在积极研发多类别的核反应堆，以期获得充足的能源保障。由于核能的高功率密度与辐射特殊性，必须严格保障反应堆的运行安全。低温供热堆、海洋小堆、空间反应堆、大型核电站反应堆等不同用途反应堆的各型堆芯细密布置着小尺寸、大数量、结构复杂的传热与支撑结构，致使堆芯冷却剂的流动[1]、传热[2]、动量/能量交混[3]等状态存在显著的空间差异性，关系到反应堆的有效冷却、极限温度、流-热-固等多场耦合下的结构完整性等问题，直接影响运行的安全性。

十余年来，国际范围积极研发反应堆热工水力先进分析及预测技术，如美国的 CASL[4]、NEAMS[5]，欧洲的 NURISP[6]、NURESAFE[7]，我国的数字化反应堆等国内外知名团队与项目[8,9]，“计算流体动力学（CFD）计算分析技术”能有效支撑堆内精细流动状态认知，成为研究热点。

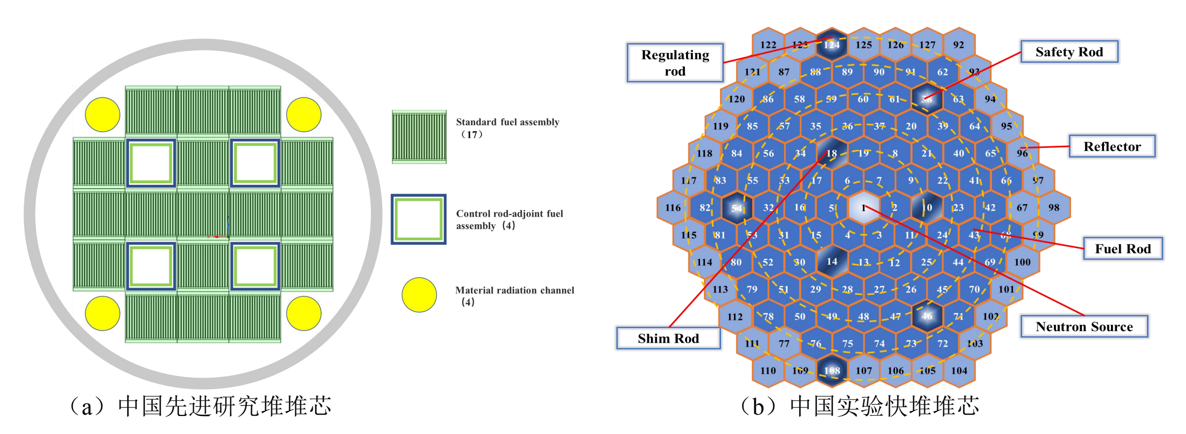
然而，目前堆芯 CFD 研究域范围一般较小，主要为燃料组件内部局部域，或数个燃料组件域，代表性有限（3×3[10], 4×4[11], 5×5[12],7×7[13]）。为及时有效反馈堆内大空间范围精细热工水力状态，迫切需要研发反应堆专用，且不同类型反应堆通用的全流域或多组件大流域快速 CFD 计算分析所需的辅助支撑技术。

1 反应堆堆芯 CFD 计算需求分析

研发相关技术，首先需明确核反应堆堆芯 CFD 计算分析的特点与需求。

1.1 复杂域高效建模需求

对复杂结构堆芯开展几何处理与网格划分，须进行区域切分，分区建模以降低难度，并提高效率。反应堆堆芯一般由几何相同或相似的燃料组件阵列排布而成，例如，图 1（a）（b）分别为中国先进研究堆（CARR）、中国实验快堆（CEFR）燃料组件等结构在堆内的规则阵列排布。



（a）中国先进研究堆堆芯　（b）中国实验快堆堆芯

图 1 反应堆堆芯相同燃料组件等结构的规则阵列式排布

Fig.1 Regular array arrangement of structures such as fuel assemblies in reactor core

基于堆芯内部相似结构的阵列特点，可通过阵列目标单元或应用脚本文件按流程自动化快速重复进行几何处理与网格建模。另外自 20 世纪 70 年代以来[14]，国际范围已开始开展堆芯组件局部流域的 CFD 计算，积累了近 50 年的研究经验，充分利用已验证的成果，有利于保障适用性，并节约成本。

然而已验证小流域网格方案对大流域应用在质量与适用性上仍易致建模失败或计算无法收敛，即小流域的成果与经验仍然很难对大流域进行拓展应用。同时，堆芯域切分虽能降低难度，但整体网格的建立、无关性分析、验证、优化等环节仍耗用大量时间。为此，需建立堆芯大流域有效建模

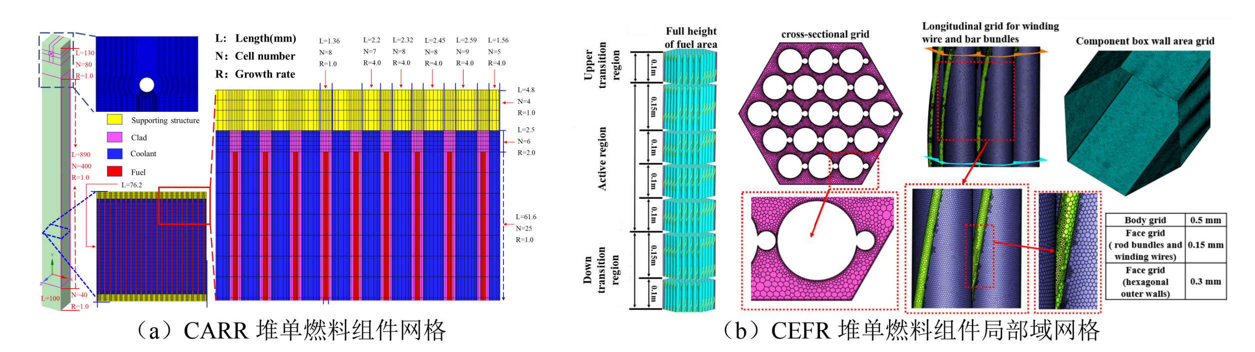
的辅助支撑技术。

1.2 计算量精减需求

堆芯小流域 CFD 计算分析网格量在数百万至数千万，计算资源的压力较小。但大流域网格量极大，典型核电站堆芯网格量多达 600 亿以上[15]，致所得流场数据量庞大。图 2（a）（b）分别为 CARR 堆和 CEFR 堆燃料组件的网格划分方案，表 1 为对应的网格量及数据存储量，亿级、百亿级网格分别对应数十 G、数 T 的存储量。

巨量网格致使 CFD 计算数值迭代计算量显著增加。一方面直接影响 CFD 数值计算时间，且增长量超出线性变化规律所对应的时间增量，同时所产生大数据的传递、处理、显示分析等过程也增加耗时；另一方面，计算硬件资源与计算量直接相关，致使计算 CPU 数与内存显著增加。

降低时间与资源成本工程意义重大，迫切需要有效降低堆芯 CFD 计算量的辅助支撑技术。



（a）CARR 堆单燃料组件网格　　（b）CEFR 堆单燃料组件局部域网格

图 2 研究堆堆芯用精细网格

Fig.2 Fine grids for various reactor cores

表 1 堆芯 CFD 计算分析的巨量网格需求

Table 1 Huge mesh requirements for CFD analysis of reactor cores

分析对象	组件类型	燃料组件数目	全高度单燃料组件网格量	堆芯全数全高度燃料组件网格总量	存储容量
CARR 堆	板元	17	**750 万**（21 板，高 1.12 m）	**1.25 亿**	**17 G**
CEFR 堆	绕丝棒束	81	**3.06 亿**（61 棒，高 0.80 m）	**247.92 亿**	**5.93 T**

1.3 堆型普适性需求

各类反应堆可采用复杂程度各异的不同型式的燃料组件，如棒束、板元组件，定位格架组件、绕丝组件等，且燃料棒、板、定位格架、绕丝等构件的尺寸，燃料元件节距、绕丝螺距等均可相异，致使一堆芯所建立的精细网格与 CFD 计算方案，推广应用时，适用性有限，需重新论证，进而耗用巨量资源与时间。

不同堆芯结构可具有较大差异，所适用的 CFD 计算分析配置方法存在区别，但可梳理相同或相似的 CFD 计算分析流程，并可通过流程优化设计保证计算的适用性与效率。

为此，需研发相关支撑技术，提升堆芯 CFD 计算分析技术流程的普适性，以共性经验支持新堆型的快速 CFD 计算分析。

2 堆芯 CFD 计算分析的辅助支撑研究

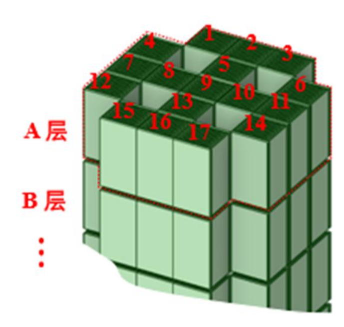
针对堆芯 CFD 计算分析需求，基于堆芯结构与运行特性，研发辅助支撑模块，并致力完成高适用且快速的堆芯 CFD 计算分析。

2.1 基础域模块化定制

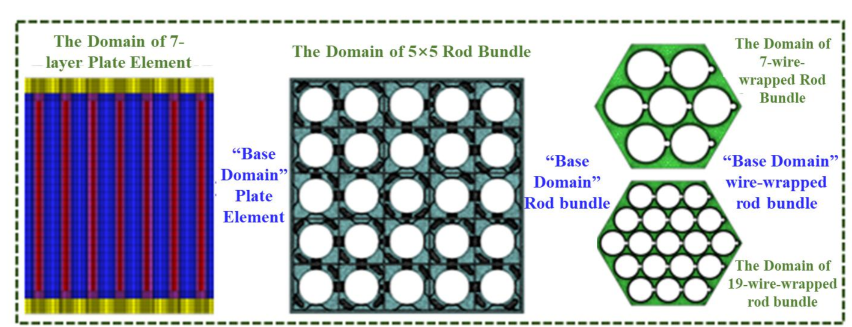
基础域模块应用策略：利用堆芯复杂结构的可阵列特性，划分堆芯基础域，定制形成系列化的基础域模块。如图 3（b）所示，各基础域横向可为局部小流域，如 5×5 格架棒束域、19 棒束绕丝

域等；也可以采用完整组件流域，如 17×17 格架棒束域、61 棒束绕丝域等，以此用于对堆芯大流域或全流域进行快速阵列构造。例如，图 3（a）以 21 燃料板组件形成的板元基础域，轴向按层，横向按空间定位，阵列构建成板元堆芯燃料组件域。

设计中，优先选择国际范围已验证的小流域研究成果作为基础域，充分利用已有成果与经验。基础域包含着几何与网格信息，经调控后，用于快速建模及计算分析。



（a）以板元基础域构造堆芯大流域



（b）各类组件基础域横截面

图 3 以基础域模块阵列快速构建堆芯

Fig.3 Fine grid for research reactor cores

2.2 堆芯批量化分区与关联

反应堆在主要运行工况下，堆芯冷却剂一般处于强迫循环状态，有确定的流向，域间信息从上游传至下游。另外，在堆芯热工水力精细实验研究中，即使堆芯径向横流域范围有限（如实验所用的 3×3、5×5 棒束域），内部热工水力数据仍具代表性。应用相同原理，在堆芯 CFD 计算中采用横向小流域开展代表性计算，如图 3（b）所示，以 7 绕丝棒束域代替 61 绕丝棒束组件域，以 7 层板元域代替 21 层板元域等。横向小流域 CFD 网格与计算方案更易进行敏感性分析，并更易通过验证与确认，有利于工程推进。

基于堆芯轴向与横向热工水力状态特性，建立堆芯分区及信息关联策略：针对以基础域模块构建的堆芯大流域或全流域，在轴向上，各子域的 CFD 计算通过子域间顺次定向传递边界条件来建立信息关联；在计算资源充足时，堆芯径向采用完整横流域或多燃料组件横流域；在计算资源有限时，参照实验研究，选用小横截面域作为代表域，计算域内部数据用于研究，并可调控径向代表域数目，同时结合轴向分区，确保捕捉堆芯运行中重要空间位置的热工水力状态。例如基于分区与关联技术，文献[16]采用 121 个 1×2 燃料棒束域作为代表域，进行所有组件径向定位，配合数十轴向分区，完成了堆芯全数全高度组件代表域的 CFD 计算分析；而文献[17]继续以 5×5 燃料棒束域拓展横向代表域范围，配合轴向分区，实现了堆芯全数全高度组件代表域的百亿网格 CFD 计算分析。

综上堆芯轴向进行分段分区，交界面以边界条件定向传递实现关联，顺次计算；横向采用分布式代表域完成分区，形成系列子域，子域数目根据研究目的与计算资源而定，各子域通过 CFD 计算更新流动阻力，反馈后更新堆芯横向上的流量分配。其中各子域可串行或并行计算；不同子域可同时或非同时计算，可采用相同计算资源进行非同时计算。实现堆芯 CFD 计算的“化整为零”，降低单次计算量，减少计算资源与时间。

2.3 空间各异化计算配置

堆芯局部结构的复杂性及流动与传热边界条件的空间差异性，致使流体黏度等物性参量、流速分布与域间交混状态、湍流强度及湍流各向异性程度、热流密度及温度梯度分布与极限值大小等亦具有空间差异性。

为提高 CFD 计算对堆芯各空间位置局部小流域的适用性与计算效率，极致节约计算资源与时间，建立空间各异化计算配置策略：基于堆芯子域划分与关联，以及堆芯各空间流动与传热特性，各子域采用与边界条件及热工水力状态相适应的边界层设计、湍流模型、离散格式、迭代算法等 CFD 计算方案。堆芯多湍流模型应用技术（MRANS）即是一种湍流模型的空间各异化应用的例子[18]，其通过分流域应用各向同性、各向异性湍流模型来提高适用性与效率。

2.4 大数据多分辨率处理分析

堆芯大流域 CFD 计算会产生热工水力大数据，其传递及后处理会耗用大量计算资源与时间。

为促进堆芯 CFD 计算分析的工程应用，降低计算的硬件成本，并有效、高效处理分析大数据，避免无效数据占据资源与时间，需要建立大数据多分辨率处理分析策略：在堆芯 CFD 计算中，在尚未完全收敛但已经达到一定收敛指标时，通过低分辨率数据重构，获得小存储量数据，并进行快速传递与分析，判断所计算的堆芯状态是否具有研究必要性，及时停止非重要工况计算，节约资源与时间；同时，在高性能计算资源上的数值计算结束后，只针对设定的关心参量，进行精细数据输出、传递、分析，避免对冗余参量耗用资源与时间；另外，计算数据输出前，可将流动交混特性、阻力特性、传热特性等参量进行宏观重构，形成经验系数，用于代替精细数据的输出与传递，精减传递数据量。

2.5 建模与计算的自动化调控

复杂结构堆芯 CFD 计算分析所需的知识及经验的学习与研究成本高，且计算分析流程需往复优化，不利于工程推广。

为降低学习与研究成本，提升 CFD 计算分析的便捷性与应用效率，建立建模与计算的自动化调控策略：将基础域的确定、堆芯全流域或大流域的构建、各流动子域边界条件的加载与关联、计算方案的各异化应用、计算大数据处理与分析等支撑技术模块进行自动化调用并协调控制，实现建模与计算分析全流程的自动化。同时在应用中开发视窗界面，进一步提升易用性。

3 堆芯 CFD 计算辅助支撑平台研发

如图 4 所示，总结反应堆专用且各堆型通用的 CFD 计算所需的辅助支撑基础模块包括：堆芯基础域模块、堆芯分区及关联模块、各异化策略应用模块、大数据处理分析模块、建模计算的自动化调控模块。各模块的目的与作用列于表 2。

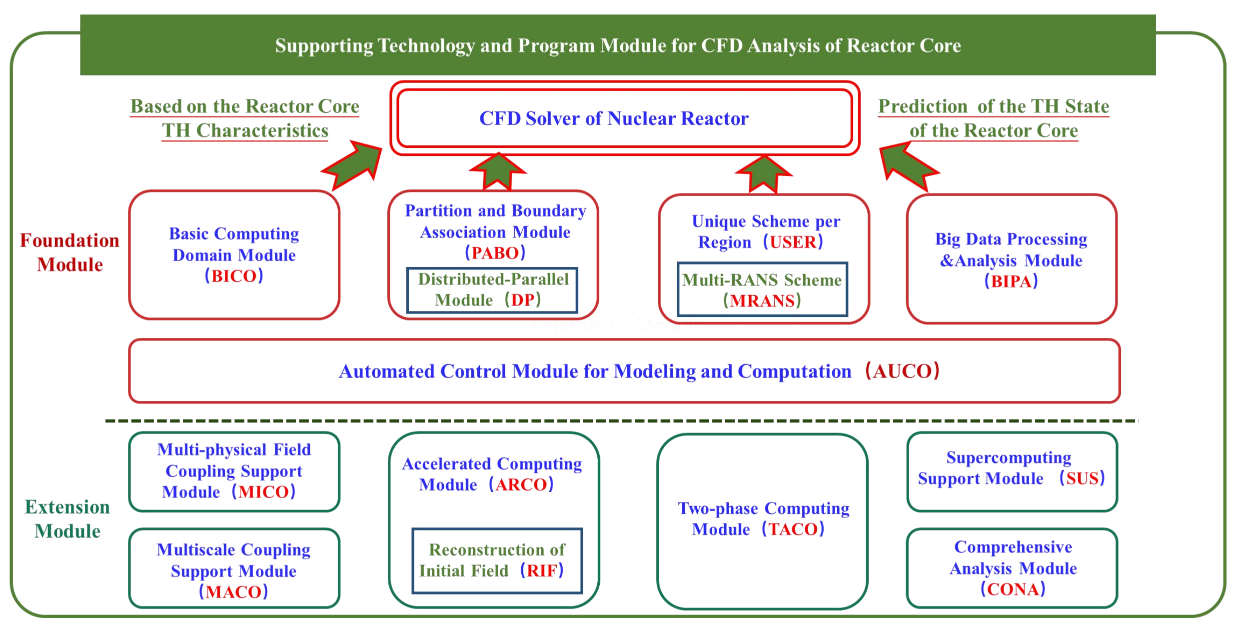


图 4 反应堆堆芯专用热工水力 CFD 计算分析辅助支撑模块

Fig.4 Efficient construction module with base domain for reactor core

表 2 辅助支撑基础模块的目的与作用

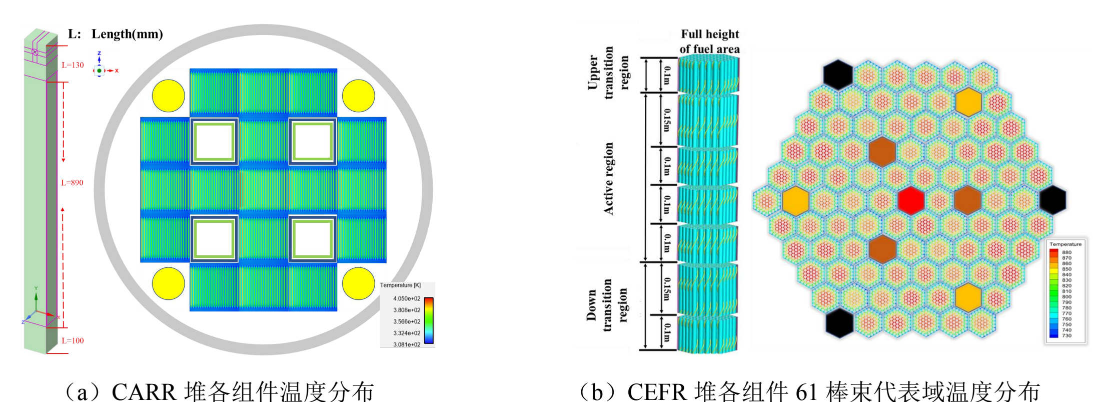
Table 2 The purpose and role of the foundation supporting module

模　块	目　的	附加作用

模　块	目　的	附加作用
堆芯基础域模块	1）以特征小域，累积构建堆芯大流域； 2）降低复杂结构域精细网格建模难度； 3）形成基础域数据库，模块化应用，提升大流域建模效率。	1）有效利用国内外数十年研究基础，避免浪费堆芯小流域 CFD 研究的已有成果； 2）利用国际或国内堆芯基础域数据库，减少低水平重复性小域计算分析的研究工作。
堆芯分区及关联模块	1）“化整为零”，分解计算量； 2）“空间拆解”换计算资源在时间上的灵活配置，相同资源分时对多子域复用； 3）以代表性“小流域”的“堆芯大范围空间布局”监测堆芯各重要热工水力域。	1）降低计算资源需求，减少对超算的依赖，支持以普通单机工作站开展堆芯大流域 CFD 计算分析； 2）子域网格量显著减少，有效减少计算时间； 3）基于时间要求与资源条件设置代表域大小，满足工程多样化研究需求与计算条件。
各异化策略应用模块	1）高针对性的精致计算设置，细致研究各局部域的计算适用性与效率，开展计算方案的“空间差异化”配置。	1）对单一堆芯的各子域协同应用多类模型与计算策略，充分利用国内外细致边界条件下的研究成果。 2）支持堆芯大流域高适用、快速精细 CFD 计算分析。
大数据处理分析模块	1）“数据瘦身”精减数据，降低存储成本； 2）减少无效数据传递、处理、分析等环节的时间耗用，提升大数据分析效率。	1）及时获取重要参量的数据，判别工况分析价值； 2）及时明确热工水力关键流域，以此调整计算资源及代表域设置方案，深入分析。
建模计算自动化调控模块	1）整合共性实施流程，提升堆型普适性； 2）全流程自动化，降低学习成本。	1）便于数字化集成，及多物理场-多尺度耦合； 2）提高便捷性与效率，保证易用性，促进工程应用。

为提升辅助支撑效果，如图 4 所示，可增加功能扩展模块，如：多物理场耦合支撑模块（热工水力程序与中子物理[9]、结构力学等程序耦合）；多尺度耦合支撑模块（多尺度热工水力程序耦合及联合应用）；堆芯加速计算模块（如流场重构加速[19]）；堆芯两相计算模块（非所有堆型均需）；高性能计算资源支撑模块；综合演示分析模块（沉浸分析模块、交互分析模块等）。

基于堆芯 CFD 计算辅助支撑技术，图 5 完成了全高度堆芯大流域 CFD 计算，其中 CARR 堆燃料组件横向为完整结构，CEFR 燃料组件横向以 7 棒束绕丝组件为代表域进行所有全高度燃料组件阵列建模。计算可捕捉堆芯不同组件横向、轴向各空间位置重要参量的精细状态。



（a）CARR 堆各组件温度分布　　（b）CEFR 堆各组件 61 棒束代表域温度分布

图 5 反应堆堆芯代表域 CFD 计算温度分布

Fig.5 CFD analysis of temperature distribution for the representative domain of reactor core

如图 6 所示，基于辅助支撑模块，研究建立“祁连”平台（**Cilian** - Platform for rea**c**tor f**i**ne f**l**ow character**i**stic **an**alysis），用于简化研究人员堆芯 CFD 计算分析的相关操作，实现堆芯大流域热工水力状态的精细化计算与监测，界面中 1 区用于基础域模块加载；2 区用于燃料组件及堆芯纵向、横向范围与布置型式的确定；3 区用于定位格架型式的设置与定位；4 区用于堆芯燃料组件计算代表域

的确定；5 区用于各燃料组件内流域计算代表域的确定；6 区用于关联各项输入并一键形成调控脚本，执行堆芯自动化 CFD 计算分析。

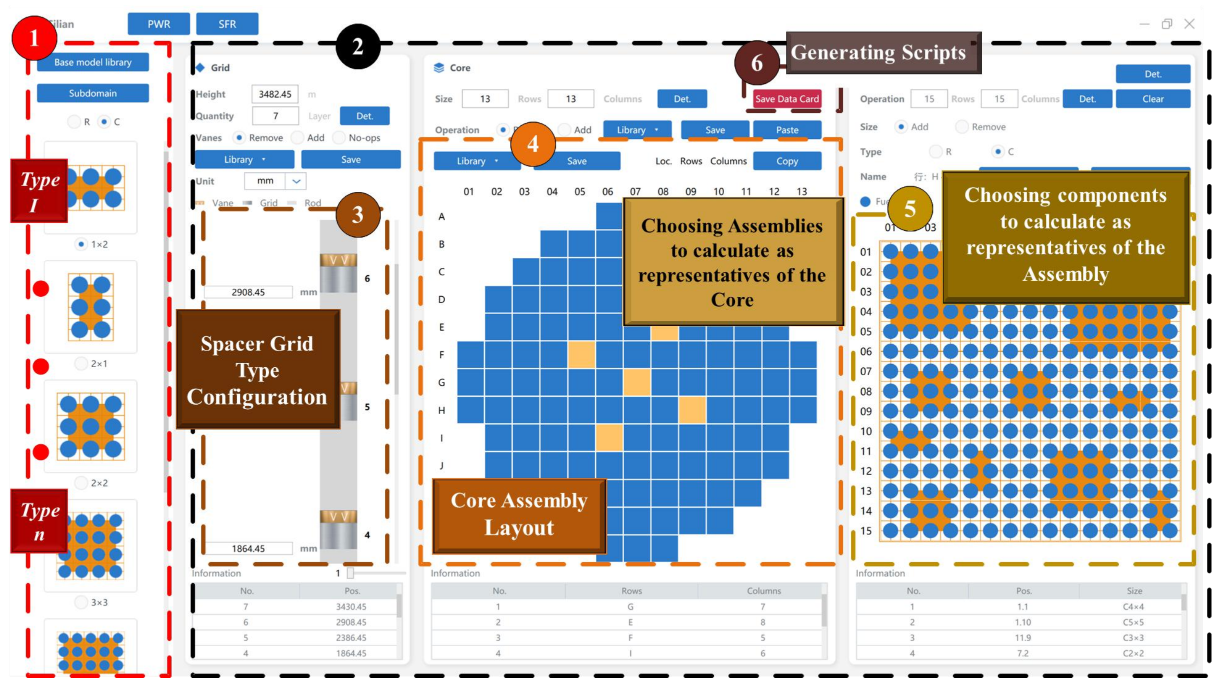


图 6 辅助支撑技术的界面化便捷关联

Fig.6 Interfacing and association of the supporting technologies

4 结论

基于反应堆堆芯结构与运行状态特征，研究形成了反应堆专用且各堆型通用的 CFD 计算分析辅助支撑技术，以“化整为零”策略分解堆芯 CFD 建模、计算、数据分析过程的任务量与难度；并可利用国际范围已验证成果作为基础域完成堆芯大流域构建，避免重复性科研的持续资源消耗；通过边界传递建立堆芯分区的信息关联；通过空间各异化计算方案应用，以及自动化调控及视窗设计，不断提升适用性与效率，有效支撑堆芯大流域热工水力精细化快速 CFD 计算分析。

作者贡献声明 陈广亮负责反应堆堆芯专用热工水力 CFD 计算分析辅助支撑模块方案设计与建立，理论技术支持和方法指导，以及撰写文章；钱浩负责辅助支撑技术的设计与优化以及祁连平台的开发，殷新立负责板元全堆芯的计算以及相关方案设计与验证，苏少敏负责 CEFR 堆全堆芯的计算以及相关方案的设计与验证。

参考文献

[1] Conner M, Hassan Y A, Dominguez-Ontiveros E E. Hydraulic benchmark data for PWR mixing vane grid. Nuclear Engineering and Design, 2013, 264: 97-102. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2012.12.001.
[2] Roelofs F, Dovizio D, Uitslag-Doolaard H, De Santis D, et al. Core thermal hydraulic CFD support for liquid metal reactors[J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 355: 1-10. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2019.110322.
[3] Ju H, Wang M, Chen C, et al. Numerical study on the turbulent mixing in channel with Large Eddy Simulation (LES) using spectral element method. Nuclear Engineering and Design, 2019 348: 169-176. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2019.04.017.
[4] Pavel S, PAVEL, Ondřej C, G. Ivan M, et al. Simulation of a NuScale core design with the CASL VERA code[J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 371: 110956. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2020.110956.
[5] Adrian M, Florent H., Rui H, et al. Thermal hydraulic model of the molten salt reactor experiment with the NEAMS system analysis module[J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 126: 59-67. DOI: / 10.1016/j.anucene.2018.10.060.

[6] Jimenez G ,Herrero J ,Gommlich A , et al. Boron dilution transient simulation analyses in a PWR with neutronics/thermal-hydraulics coupled codes in the NURISP project[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, 126: 86-97. DOI: / 10.1016/j.anucene.2014.11.002.
[7] Chauliac C ,Aragonés J ,Bestion D , et al. NURESIM – A European simulation platform for nuclear reactor safety: Multi-scale and multi-physics calculations, sensitivity and uncertainty analysis[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 241: 3416-3426. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.09.040.
[8] U.S. Department of Energy. Consortium for Advanced Simulation of LWRs (CASL)[R]. www.casl.gov, CASL-2010-0022-001-P, 2011. Link: https://www.casl.gov/wp-content/uploads/2020/11/CASL_FINAL_REPORT_09.30.2020-002.pdf
[9] Höhne T, Kliem S, Bieder U. IAEA CRP benchmark of ROCOM PTS test case for the use of CFD in reactor design using the CFD-Codes ANSYS CFX and TrioCFD[J]. Nucl. Eng. Des, 2018, 333: 161-180. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2018.04.017.
[10] Wang, X., Wang, R., Du, S., et al. Flow visualization and mixing quantification in a rod bundle using laser induced fluorescence. Nuclear Engineering and Design, 2016, 305: 1–8. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2016.01.007.
[11] Xiong, J., Cheng, R., Lu, et al. CFD simulation of swirling flow induced by twist vanes in a rod bundle. Nuclear Engineering and Design, 2018, 338: 52–62. DOI: /10.1016/j.nucengdes.2018.08.003.
[12] Qu, W., Xiong, J., Chen, S., et al. PIV measurement of turbulent flow downstream of mixing vane spacer grid in 5×5 rod bundle. Annals of Nuclear Energy, 2019, 132: 277–287. DOI: /10.1016/j.anucene.2019.04.016.
[13] Lei J, Shanshan B, Junze J, et al. Numerical investigation on thermal-hydraulic performance in 7×7 rod bundle with spacer grid and guide tubes[J]. International Journal of Thermal Sciences, 2021, 160: 106675. DOI: /10.1016/j.ijthermalsci.2020.106675.
[14] OECD/NEA. Best practice guidelines for the use of CFD in nuclear reactor safety applications - revision[R]. NEA/CSNI/R(2014)11,2015: 15. Link: https://www.hzdr.de/publications/Publ-10147
[15] 陈广亮,张志俭,田兆斐等. PWR 堆芯热工水力 CFD 仿真优化方案研究[J].核动力工程,2016,37(5):16. DOI: /10.13832/j.jnpe.2016.05.0015.
[16] Chen G, Wang J, Zhang Z, et al. Distributed-parallel CFD computation for all fuel assemblies in PWR core[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, 141: 8-9. DOI: /10.1016/j.anucene.2020.107340.
[17] Chen G, Jiang H, Kang H, er al. Analysis of the performances of the CFD schemes used for coupling computation[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2021, 53: 2162-2173. DOI: /10.1016/j.net.2021.01.006.
[18] Chen G, Zhang Z, Tian Z, et al. Design of a CFD scheme using multiple RANS models for PWR[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, 102: 349-358. DOI: /10.1016/j.anucene.2016.12.030.
[19] Chen G, Qian H, Li L, et al. Design and analysis of RIF scheme to improve the CFD efficiency of rod-type PWR core[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2021, 53: 3171-3181. DOI: /10.1016/j.net.2021.04.008.